‘2002 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

# 액금로 원자로용기 열손상 방지 방안 분석 및 KALIMER 원자로배플 설계개선

# Evaluation of Thermal Protection Method of LMR Reactor Vessel and Design Improvement of KALIMER Reactor Baffle

주영상, 구경회, 김종범, 김석훈

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

**요 약**

고온에서 운전되는 액체금속로의 원자로용기는 소듐 자유액면 부근에서 심한 온도구배가 발생하고 이로 인해 열손상이 크게 발생할 수 있다. 원자로용기의 고온 구조건전성을 확보하기 위해서는 원자로용기의 열손상을 방지하는 기구가 매우 중요하게 설계되어야 한다. 본 연구에서는 KALIMER 의 용량격상을 위한 구조개념개발을 위하여 외국 액체금속로의 원자로용기 열손상 방지 구조개념을 분석하였고 KALIMER 원자로용기의 고온구조손상을 최소화하기 위하여 원자로배플 상단 내부에 Y-구조물을 추가로 설치하는 열손상 방지 설계 개념을 제안하였다. 원자로배플 상단에 설치된 Y-구조물은 고온풀 자유액면이 상하로 변동하는 과도운전조건에서 고온 크립피로 및 라체팅 변형과 같은 열손상의 발생을 억제할 수 있는 것으로 평가 되었다.

**Abstract**

LMR reactor vessels operated in high temperature have a severe thermal damage due to the significant temperature gradient in the hot pool free surface regions of reactor vessel. The thermal protection mechanism of LMR reactor vessel should be designed for the structural integrity in high temperature condition. In this paper, the thermal protection mechanism of foreign LMR reactor vessels is investigated for the power upgrade of KALIMER and the modified reactor baffle design with a Y-piece type structure is proposed for the reduction of thermal damage for KALIMER reactor vessel. The modified reactor baffle design leads to reduce the thermal damage such as creep-fatigue and ratcheting in the transient operation condition.

## 1. 서 론

소듐을 냉각재로 사용하는 액체금속로는 5기압 이하의 저압에서 운전되어 원자로계

통 구조물들이 급속한 파단으로 사고가 발생하지는 않지만 냉각재 온도가 500℃ 이상의 고온으로 원자로 용기를 비롯한 주요 구조물 들은 크립피로와 라체팅과 같은 점진적인 열손상이 크게 발생할 수 있다. 액체금속로에 있어서 고온풀 자유액면 부위의 원자로 용기와 내부구조물들은 과도하게 발생되는 축방향 온도구배와 반경방향 온도구배로 인하여 열응력이 크게 작용하는 부위이다. 특히 고온풀 자유액면이 상하로 변동하는 과도운전조건에 있어서는 고온 라체팅 변형과 같은 심각한 구조손상이 발생할 수 있으므로 고온풀 자유액면 부근에 대한 고온 구조건전성 평가가 철저히 이루어져야 하며 특히 원자로용기의 열손상을 방지하는 설계개념이 반영되어야 한다.

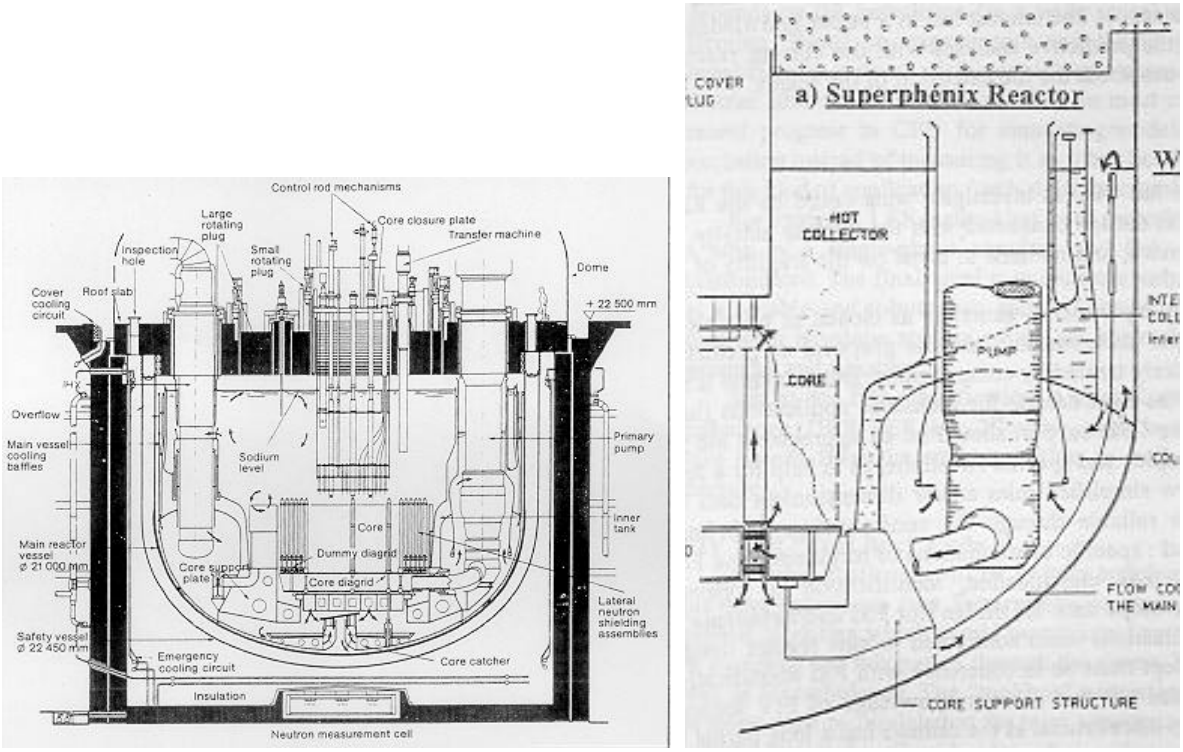
액체금속로의 원자로용기의 열손상을 방지하기 위안 구조개념은 크게 3가지 즉, 저온소듐 순환방식, 고온소듐 접촉방식 그리고 고온소듐 격리방식으로 구별할 수 있다. 저온소듐 순환방식은 저온풀의 소듐을 순환시켜 고온소듐이 원자로용기 벽면에 직접 접촉하지 않게 하는 방식으로 프랑스 SPX와 유럽 EFR에서 채택하고 있는 설계개념이고[1,2] 고온소듐 접촉방식은 일본 CFBR에서 채택한 방식으로 열응력 완화를 위해 원자로용기 두께를 축소하여 고온소듐이 바로 용기벽에 접촉하게 허용하는 방식이다[3]. 고온소듐 격리방식은 환형구조(annulus structure) 형상의 내부구조물을 설치하여 고온 소듐을 격리시켜 원자로 벽면에 닿지 않도록 하는 방식으로 미국의 PRISM과 우리나라의 KALIMER 가 채택하고 있다[4]. 대용량 액금로인 SPX(1300MWe)와 EFR(1470MWe) 및 CFBR(1500MWe)은 KALIMER와는 달리 저온소듐 순환방식과 고온소듐 접촉방식의 열손상 방지 방식을 채택하고 있어 KALIMER 용량 격상을 위한 설계개념 보완을 위해서는  이 방식에 대한 기술분석이 필요하다. 또한 KALIMER에서 채택하고 있는 PSDRS 잔열제거 방식은 열제거 효율성의 문제로 대용량 액체금속로에는 적용하기가 어려운데 KALIMER 용량 격상을 위해서는 PSDRS 잔열제거 방식의 설계개선이 선행되어야 하며 이에 따른 원자로용기의 고온구조평가가 요구되며 열손상 방지 방식에 대한 설계 개선이 필요할 것이다.

본 연구에서는 액금로 원자로용기의 열손상 방지 구조개념을 분석하고 KALIMER의 용량격상을 위한 새로운 원자로용기 열손상방지 설계개념을 제시하고 고온 구조건전성을 평가한다.

## 2. 액금로 원자로용기 열손상 방지 방식

### 2-1. 저온소듐 순환방식

저온소듐 순환 방식은 프랑스 SPX 와 유럽의 EFR 에서 채택하고 있는 방식으로 그림 1 과 같이 원자로용기내의 소듐 냉각재를 노심하부의 저온 소듐의 일부(약 5% 정도)를 weir 로 불리는  내부 냉각구조물을 통하여 원자로용기 벽 상단으로 흘러 넘치게 하여 용기벽이 저온을 유지하도록 하는 방식이다[1,2]. 이 방식은 고온 소듐이 직접 용기에 닿지 않게 함으로써 열응력 발생을 최소화 할 수 있는 구조개념이나 유체 유발 진동에 의한 불안정한 overflow 발생으로 과도한 열응력이 발생할 수 있다. 또한, 이 방식은 내부구조물형상이 복잡하며 가동중검사가 용이하지 않고 보수유지가 어려운 것이 단점이다




(a) Super Phenix (SPX) (b) Cooling Structure

**그림 1. 저온소듐 순환 방식의 원자로용기 열손상 방지 구조** (SPX)

### 2-2. 소듐 직접접촉 방식

**고온소듐이 원자로 용기벽에 직접 접촉하는 방식은 일본 상용 액금로** DFBR **를 개발하면서 채택한 새로운 방식이다. 일본은 액체금속로 개발 초기에는 원형로** Monju **를 설계하면서 고온소듐 격리 구조의 원자로용기 열손상 방지기구를 채택하였고 실증로** DFBR Phase I **에서는 저온소듐 순환 방식을 적용하였지만 노내구조물의 단순화와 보수성 향상의 목적으로 그림** 2 **에서와 같이** DFBR Phase II **에서는 고온소듐직접 접촉방식으로 설계변경을 시도하였다**[3]. **고온소듐이 직접 원자로용기에 접촉 하게 되면 열응력이 크게 작용하게 되므로** DFBR **개발** Phase II **단계에서는 열응력 손상 방지를 위하여 용기두께를** 50 mm **에서** 35mm **로 축소하였다.** CFBR **에서는 원자로용기의 안전성 향상을 위하여 추가적으로 용기 두께를** 30mm **로 축소하고 이에 대한 구조건전성을 검증하였다. 용기벽 두께가 너무 얇아지게 되면 지진시에 좌굴손상이 크게 발생할 수 있기 때문에** CFBR **에서는** 3 **차원 면진을 채택하고 있다.** 3 **차원 면진은 아직 개발단계에 있으며 검증되지 않은 기술로서 개발에 많은 문제가 있으며 안전성 및 경제성 문제도 크게 고려해야 한다. 고온소듐 직접접촉 방식을 적용할 경우 원자로 용기두께를** 30 mm **정도로 축소시킬 수 밖에 없으며 이에 따라** 3 **차원 면진을 채택하는 설계 개념은 보다 신중하게 검토되어야 할 것으로 판단된다.**

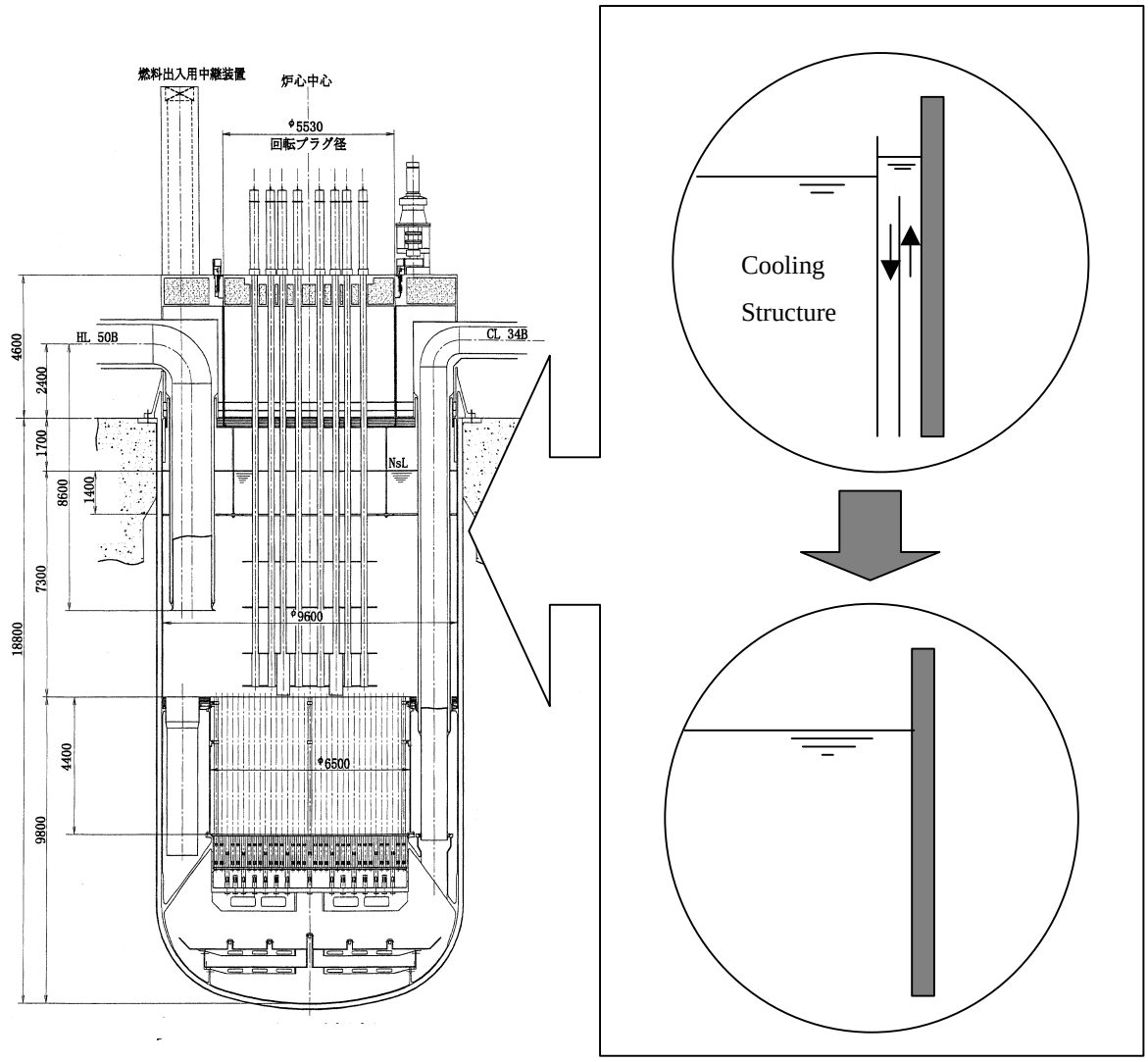



그림 2. 고온소듐 직접접촉 방식 방식의 원자로용기 열손상 방지 구조 (일본 DFBR)

## 2-3. 고온소듐 격리 방식

고온소듐 격리 방식은 PRISM 과 KALIMER 에서 채택한 방식으로 그림 3 과 같이 환형격리구조물(annulus structure) 형상의 원자로배플(Reactor Baffle)에 의하여 고온 소듐냉각재가 직접 원자로 벽면에 닿지 않도록 함으로써 원자로에 과도한 열응력이 발생하지 않게 한다[4]. 이 방식은 PRISM 과 KALIMER(150MWe)와 같은 소용량 액체금속로에서 주로 채택하고 있는 방식으로 저온소듐 순환방식보다는 단순한 구조를 가지며 고온소듐 직접접촉 방식보다는 열응력 완화 효과가 큰 보수적인 구조개념이다. 초기 PRISM 은 150 MWe 로 설계되었고 원자로용기의 고온 손상을 고려하여 KALIMER 의 운전온도 530℃보다 낮은 510℃로 낮추어 설계하였다. S-PRISM 에서는 잔열제거계통 RVACS 의 잔열제거능력을 증강시켜 330 MWe 로 용량을 상향하였고 원자로 모듈을 증가시킴으로 발전소 전체 발전 용량을 증가시키는 설계개념을 채택하였다[5]. KALIMER 의 경우 단일 원자로로 용량을 격상시키기 위해서는 잔열제거계통의 성능향상과 더불어 원자로용기 열손상 방지

설계개선이 필요하다.

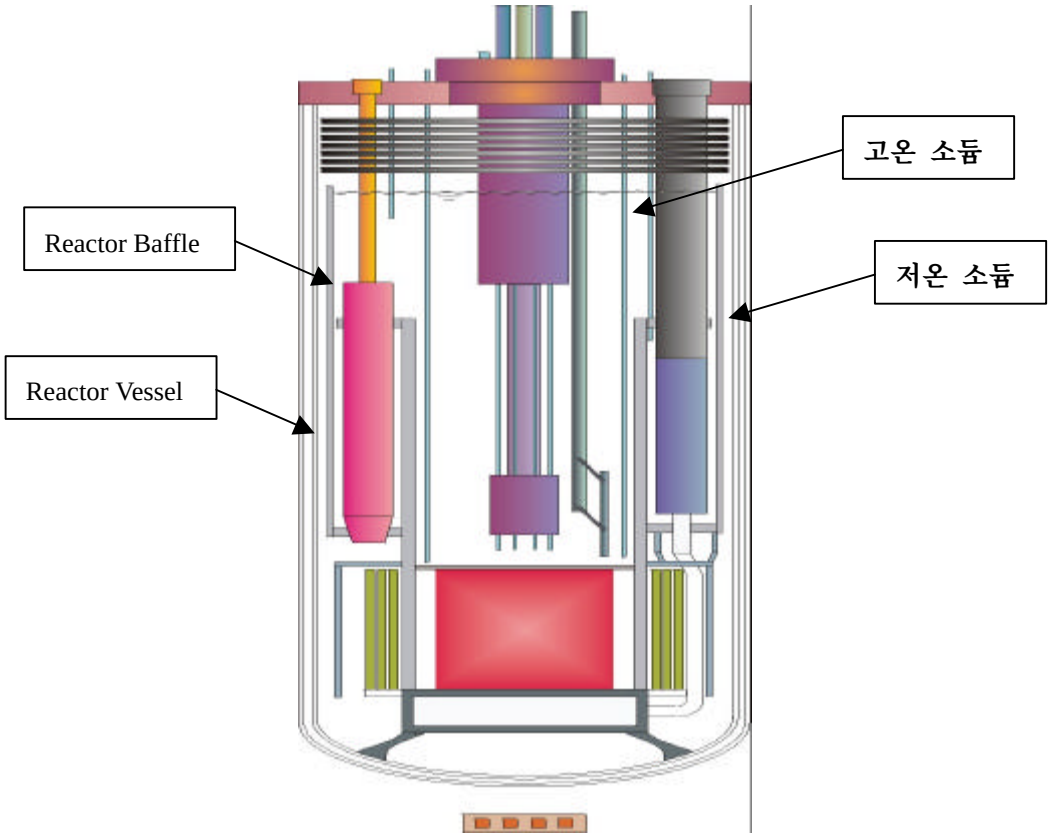


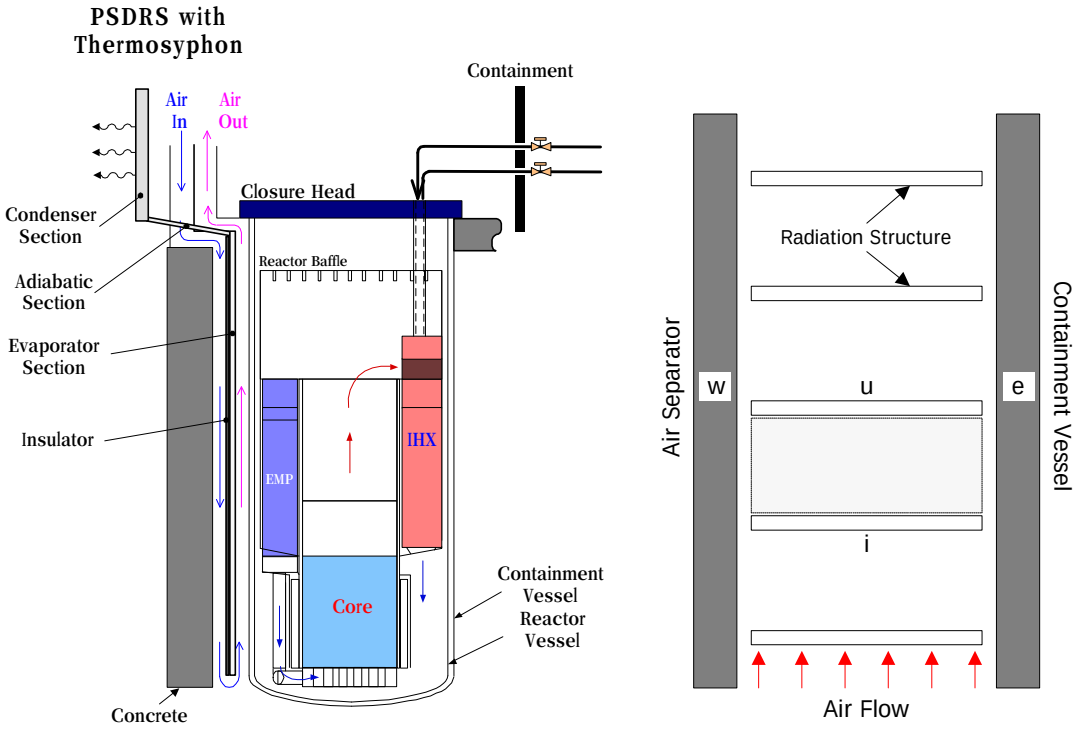

그림 3. 고온소듐 격리구조 방식의 원자로용기 열손상 방지 구조 (KALIMER)

## 3. KALIMER 대용량화를 위한 설계개선

### 3-1. PSDRS 성능개선

KALIMER 의 PSDRS(Passive Safety Decay Heat Removal System)은 그림 4 에서와 같이 안전등급 잔열제거 계통으로서 격납용기를 통하여 복사와 자연대류로 원자로의 열을 제거하는 계통이다. 현재의 PSDRS 의 잔열 제거 능력은 격납용기의 면적과 작동온도에 의하여 제한되며 그 효율이 낮기 때문에 1000 MWe 급의 대용량 액금로에는 적용하기가 어려운 문제가 있다. KALIMER 기술개발팀 유체계통 설계기술 개발과제에서는 복사구조물과 Thermosyphon 을 적용하여 PSDRS 의 잔열제거 능력을 증진시키는 개념을 개발하였다 [6]. 새롭게 개발된 설계 개념은 피동형 액금로의 용량 한계를 700 MWe 정도로 향상시킬 수 있는 가능성을 제시하였다. 이와 같이 PSDRS 의 성능을 개선하여 열효율을 증가시키면 700 MWe 정도의 중규모 액금로에 적용할 수 있지만 과도 운전조건시 냉각재 온도는 600℃ 이상 올라가게 되고 원자로용기의 열부하 유지 시간이 길어지게 되어 원자로용기의 구조건전성을 위해 고온 열손상평가가 필요하며 결과에 따라서는 열손상 완화를 위해

서 원자로 용기 두께를 줄일 필요가 있을 수 있다. 이 경우 두께 감소에 의한 지진평가, 좌굴평가 등의 상세 평가가 요구되므로 구조건전성 입증에 많은 노력이 필요하다. 또한 복사구조물과 Thermosyphon 이 PSDRS 의 공기유로 내부에 설치되기 때문에 가동중검사와 보수유지가 어려워지는 단점이 있다.

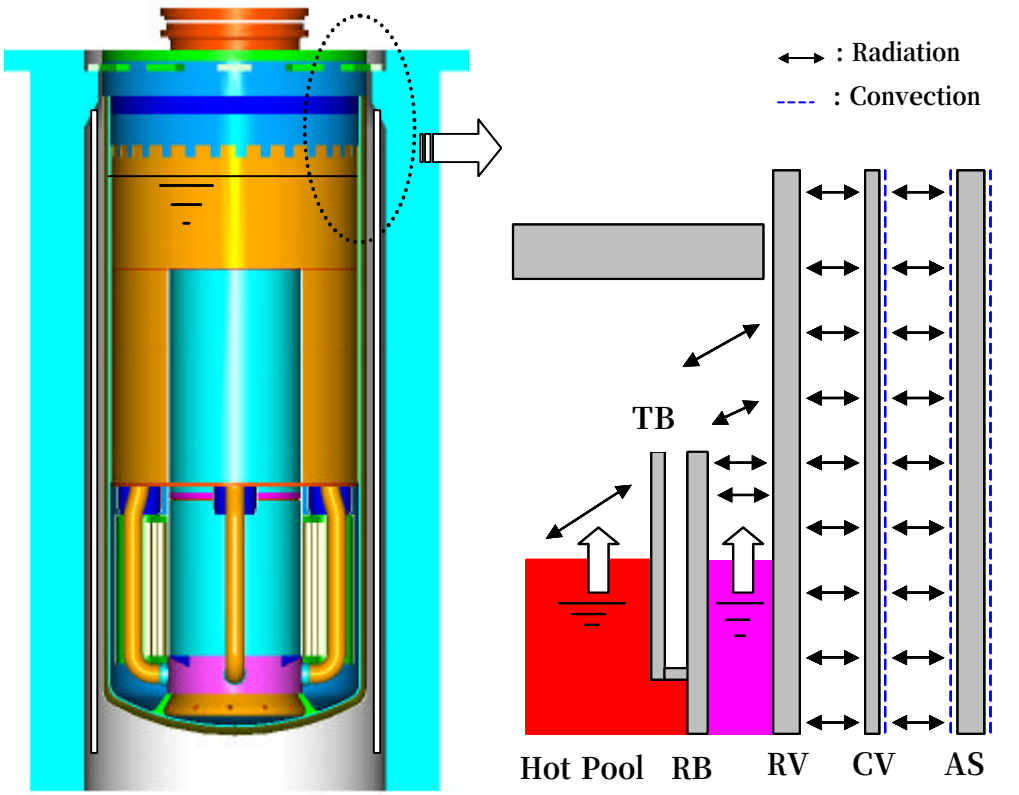



(a) Thermosyphon (b) 복사구조물

그림 4. PSDRS 잔열제거 증진 설계 개념

### 3-2. 원자로배플 상단 설계개선

KALIMER 기술개발팀 기계설계 기술개발과제에서는 이전 연구에서 과도운전시 원자로배플과 원자로용기의 고온구조손상을 최소화하기 위하여 그림 5 와 같이 원자로배플 상단 내부에 Y-구조물을 추가로 설치하는 설계 개념을 제안한 바 있다[7]. 이 개념은 기존의 PSDRS 에 대한 설계 변경없이 사용 가능하며 원자로 용기의 두께를 50 mm 로 유지하면서 KALIMER 의 대용량화에 적용할 수 있다. 유체계통 설계기술 개발과제에서 제안한 PSDRS 의 잔열제거 능력 증진개념을 도입하면서 원자로배플 상단 설계 개선을 하게 되면 1000 MWe 급 이상의 용량격상을 이룰 수 있을 것으로 판단되나 이 경우 Y-구조물에 대한 최적설계가 필요하다. 만일 500 MWe 정도의 중규모 액금로를 설계할 경우에는 현재의 KALIMER 구조를 그대로 유지하면서 KALIMER 용량을 대형화하는데 가장 적합한 설계 개념이 될 수 있다.




TB : Thermal Baffle , RB : Reactor Baffle, RV : Reactor Vessel
CV : Containment Vessel, AS : Air Separator

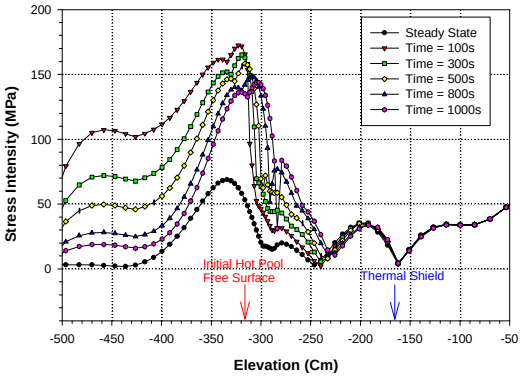
그림 5. 원자로배플 상단 Y-구조물 개념설계도

## 4. 원자로배플 상단 Y-구조물 설치시 원자로용기 열응력 해석 및 손상 평가

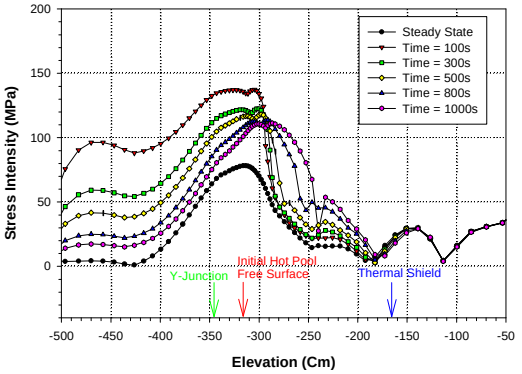
원자로배플 상단 Y-구조물을 설치할 경우 원자로용기에 작용하는 열응력을 해석하고 그 타당성을 평가하기 위하여 고온구조 손상평가를 수행하였다. 해석모델은 그림 5 와 같은 환형 원자로배플에서의 복잡한 열전달 기구를 고려한 열전달해석 수행을 위하여 원자로용기, 격납용기, 공기 분리기 그리고 격리환형구조물 내부의 소듐유체를 포함하고 있다. 유한요소해석은 ANSYS 5.6 을 이용하여 수행되었다. 이 고온소듐 풀과 접하는 내부표면에 주어지는 온도경계조건은 고온소듐 자유액면이 상하로 변동하는 과도운전 온도하중조건을 사용하였다. 해석에 사용된 과도운전하중은 4 개의 중간열교환장치가 모두 고장이 나고 원자로가 비상정지를 함과 동시에 일차전자펌프가 모두 정지하면서 고온풀 자유액면이 상승하다가 1000 초후 원자로배플 위로 넘치는 PSDRS 운전사고를 고려하였다. 그림 6 은 이러한 과도운전조건에 대해 원자로용기의 열응력 해석결과를 나타낸 것으로 설계변경에 대한 구조손상 감소 효과를 보여준다. 원자로배플의 설계변경전에는 최대 170MPa 의 열응력이 설계변경후에는 140MPa 이하로 크게 감소하였다. 표 1 은 이러한 원자로배플 상단의 설계변경에 따른 고온구조 손상감소 효과를 나타낸 것으로 원자로배플의 경우 누적비탄성 변형률이 최대 9.5 배 감소했으며 원자로용기의 경우에는 3.0% 감소

하였다. PSDRS 운전사고에 대한 크립-피로손상은 설계변경 후 크게 줄어들지만 모두 허용치보다 훨씬 작아 무시할 만하다.

원자로배플 상단에 설치된 Y-구조물은 고온풀 자유액면이 상하로 변동하는 과도운전 조건에 있어서는 크립피로와 고온 라체팅 변형과 같은 심각한 구조손상의 발생을 억제할 수 있는 것으로 평가 되었다.




Stress Intensity Distributions along the Reactor Vessel Inner Surface during Sodium Expansion for PSDRS Event without Thermal Baffle




Stress Intensity Distributions along the Reactor Vessel Inner Surface during Sodium Expansion for PSDRS Event after Overflow Cycle with Thermal Baffle

(a) 설계변경전 (b) 설계변경후

그림 6. 원자로배플 설계변경 전후의 원자로용기 열응력 계산결과

표 1 고온구조손상 평가결과

| | Total Inelastic Strain, $e_t$,% | | | Fatigue Damage, $D_f$ | | | Creep Damage, $D_c$ | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | W/o TB | With TB Before Overflow | With TB After Overflow | W/o TB | With TB Before Overflow | With TB After Overflow | W/o TB | With TB Before Overflow | With TB After Overflow |
| Reactor Baffle - hot pool free surface level | **0.539** | 0.057 | 0.049 | $0.382 \times 10^{-4}$ | $0.147 \times 10^{-5}$ | $0.156 \times 10^{-5}$ | 0.0069 | 0.0010 | 0.0010 |
| Reactor Vessel - hot pool free surface level | **0.582** | 0.018 | **0.193** | $0.727 \times 10^{-3}$ | $0.402 \times 10^{-5}$ | $0.166 \times 10^{-4}$ | 0.0088 | 0.0014 | 0.0032 |
| Reactor Vessel - Y-junction level | - | 0.202 | 0.060 | - | $0.370 \times 10^{-4}$ | $0.202 \times 10^{-4}$ | - | 0.0046 | 0.0035 |

## 5. 결 론

500℃이상의 고온에서 운전되는 액금로의 원자로용기는 소듐 액면 부근에서 심한 열손상을 받기 때문에 원자로용기의 구조건전성을 위해 열손상 방지 기구는 매우 중요하게 설계되어야 한다. 본 연구는 KALIMER 의 용량격상을 고려한 신개념 구조개발의 일환으로 외국 액금로의 원자로용기 열손상 방지 구조개념을 분석 평가하였으며 대용량 KALIMER 설계개선 방향을 제안하였다. 대용량 KALIMER 의 설계를 위해서는 피동형 잔열제거계통 PSDRS 의 설계개선과 더불어 원자로용기의 열손상방지 설계개선이 병행되어야 한다. 대용량 KALIMER 원자로용기의 고온 구조손상을 최소화하기 위하여 원자로배플 상단 내부에 Y-구조물을 추가로 설치하는 열손상 방지 설계 개념을 제안하였다. 원자로배플 상단에 설치된 Y-구조물은 고온 크립피로 및 라체팅 변형과 같은 손상의 발생을 억제할 수 있는 것으로 평가 되었다. 향후 원자로배플 상단 설계개선에 의한 대용량 액금로의 열손상 방지 방식의 구조건전성에 대한 세부적인 평가가 수행되어야 하며 구조형상에 대한 설계 최적화가 요구된다.

## 감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구 개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 참고 문헌

[1] S. Aita and R.J. Gibert, “Fluidelastic Instability in a Flexible Weir : A Theoretical Model,” ASME/PVP, pp. 51-57, 1985.

[2] L. Borsoi, “Flow-Induced Vibration of Nuclear Components : Future R&D Perspective Derived from French Experience,” SMIRT 16, Div. J, pp.1-12, 1991.

[3] T. Inagaki, et al., “Design Study of the Demonstration FBR in Japan,”ICONE-8048, 2000.

[4] 한도희 외, KALIMER 개념설계보고서, 한국원자력연구소, KAERI/TR-2204/2002, 2002.

[5] G.E. Boardman, et al., “A Description of the S-PRISM Plant,” ICONE-8168, 2000

[6] 심윤섭 외, 유체 및 계측제어 계통설계 기술개발, 2 단계 최종보고서, 한국원자력연구소, KAERL/RR-2211/2001, 2002.

[7] Gyeong-Hoi, Koo and J.-H. Lee, “Design of LMR Reactor Structures in the Vicinity of Hot Pool Free Surface Regions Subjected to Moving Elevated Temperature Cycles,” Int. J. of Pressure Vessels and Piping, Vol. 79, pp. 167-179, 2002.